

PSAピアレビューガイドライン

平成21年 6月

一般社団法人 日本原子力技術協会

まえがき

近年、我が国において、原子力安全委員会による「リスク情報を活用した原子力安全規制の導入の基本方針について」の決定（2003年11月）、原子力安全・保安院による「原子力安全規制への『リスク情報』活用の基本的考え方」（2005年5月）と「原子力発電所の安全規制における『リスク情報』活用の基本ガイドライン（試行版）」（2006年4月）の策定がなされ、リスク情報を原子力発電所の安全規制に活用するための基盤が整備された。その後、（社）日本原子力学会で、確率論的安全評価(PSA)手法に関する実施基準が策定され、また、原子力安全委員会で、「安全機能の重要度分類に関する審査指針」の解説において、運転管理段階における具体的な対策や要件等を決める際には当該指針の安全機能の重要度を維持しつつリスク情報を活用することが適切とするなど、具体的なリスク情報の活用への期待や機運が高まってきている。

しかしながら、こうしたリスク情報の活用には、その基本となる PSA の品質が十分に確保されていることが前提となる。PSA の品質は、基本的にはその実施にあたって（社）日本原子力学会の実施基準に従うことなどで確保されるものの、より高い品質を確保するためには、「ピアレビュー」が重要な役割を果たすことになる。ピアレビューは客観的な立場での評価を行うことが求められるものであり、倫理観と誠実さをもって実施することが重要となる。

本書は、PSA ピアレビューのためのガイドラインとして、ピアレビューの適用範囲、実施時期と方法、実施手順などのピアレビューの基本的要件をまとめたものである。本ガイドラインの活用により、客観的なピアレビューの実績が早期に積み重ねられ、産業界の PSA 技術水準の向上を図りながら、PSA の品質確保とそれに基づくリスク情報の活用による合理的な運転・保守管理が実現されていくものと期待される。

最後に、本ガイドラインの制定にあたり、絶大なご助力を賜りました学識経験者、電力会社、メーカーの方々等、関係各位に深く感謝いたします。

平成21年6月

PSAピアレビューガイドライン検討会

主 査 山 口 彰

PSA ピアレビューガイドライン
改訂履歴

改訂年月	版	改訂内容	備考
平成 21 年 6 月	初版発行		

日本原子力技術協会・PSAレビュー検討会 委員名簿

(平成21年3月現在、敬称略)

役 職	氏 名	所 属
主 査	山口 彰	大阪大学大学院
副 主 査	岡本 孝司	東京大学大学院
委 員	岩谷 泰広	中部電力(株)
委 員	織田 伸吾	日立 GE ニュークリア・エナジー(株)
委 員	桐本 順広	(財)電力中央研究所
委 員	倉本 孝弘	(株)原子力エンジニアリング
委 員	榊 勲	(株)東芝 電力システム社
委 員	田中 太	三菱重工業(株)
委 員	松尾 俊弘	東京電力(株)
委 員	村山 賢之	関西電力(株)
委 員	米山 充	(株)テプコシステムズ
委 員	渡辺 憲夫	(独)日本原子力研究開発機構
常 時 参 加 者	石倉 重行	電源開発(株)
常 時 参 加 者	片桐 康寛	(株)原子力エンジニアリング
常 時 参 加 者	齋藤 寿輝	(株)テプコシステムズ
常 時 参 加 者	素都 益武	(独)日本原子力研究開発機構
常 時 参 加 者	中西 繁之	日本原子力発電(株)
常 時 参 加 者	成宮 祥介	関西電力(株)
常 時 参 加 者	萩野 隆憲	四国電力(株)
事 務 局	河井 忠比古	(中) 日本原子力技術協会
事 務 局	西村 洋一	(中) 日本原子力技術協会

ガイドラインの責任範囲

本ガイドラインは、一般社団法人 日本原子力技術協会 に設置されたPSAピアレビュー検討会において、常に最新知見が反映されるよう見直しを行うという基本方針のもとに、本ガイドラインに関する専門知識と関心を持つ委員により中立、公平、公正を原則とした運営規約に従う審議を経て、制定されたものである。また、本検討会は、本ガイドラインが広く活用されるように、別途、透明性、公開性、公平性のある手続きに従って学協会規格に取り入れられるよう働きかける。なお、ここで「最新知見」とは、その時点で工学的に公知化されていて、本ガイドライン及びその「解説」「附属書(参考)」に示し得る範囲の知見であり、「工学的に公知化されている」とは、その分野の専門知識を有する者により工学的知見として認識されていることを言う。

本ガイドラインは各規程事項の技術的根拠を明確にしており、その示した根拠の範囲内において本検討会は本ガイドラインの記載内容に対する説明責任を持つが、これ以外の本ガイドラインを使用することによって生じる問題などに対して一切の責任を持たない。また、本ガイドラインに従って行われたPSAピアレビューの結果を承認・保証するものではない。従って、本ガイドラインの使用者は、本ガイドラインに関連した活動の結果発生する問題や第三者の知的財産権の侵害に対し補償する責任が使用者にあることを認識して、本ガイドラインを使用する責任を持つ。

なお、本ガイドラインの発行をもって、本ガイドラインが我が国の規制当局によって承認されたと考えてはならない。

目次

1. 適用範囲	1
2. 定義	1
3. 実施時期と実施方法	2
4. 実施手順	3
4.1 チームの構成	3
4.2 チェックリスト	5
4.3 ピアレビューの実施	5
(1) 事前準備	5
(2) オンサイトレビュー	6
4.4 報告書の作成及びピアレビュー結果のフィードバック	8
(1) 報告書の作成	8
(2) ピアレビュー結果のフィードバック	8

附属書 A (参考) 内的事象レベル **1PSA** ピアレビューチェックリスト

附属書 B (参考) 内的事象レベル **2PSA** ピアレビューチェックリスト

附属書 C (参考) **PSA** ピアレビュー報告書フォーマット (内的事象レベル **1PSA**)

1. 適用範囲

電気事業者で実施する原子力発電プラントにおける **PSA** の品質確保及び産業界の技術水準の向上を図るため、**PSA** のピアレビューに係る要求事項及び実施手順を提示するものである（解説 1-1）。

（解説 1-1）適用範囲

PSA のピアレビューは、リスク情報に基づく運転・保守管理の高度化・合理化の際に、例えば（社）日本原子力学会の実施基準等の要件を満足していることを客観的に確認すること等により、レビュー対象とする **PSA** の品質が確保されていることを確認する目的で実施するものである。これによってリスク情報活用を積極的に推進し得る **PSA** を提供することができ、合理的な運転・保守管理の実現に活用されることが期待されるものである。

さらに、（社）日本原子力学会の実施基準等の要件との対比確認のみでなく、ピアレビューは、その実施の結果、**PSA** の解析評価技術などの経験の蓄積、知見の共有が期待されることから、産業界の **PSA** 技術水準の向上にも貢献する。

ピアレビューの対象とする **PSA** としては、内的事象のほか、地震、火災及び溢水といった外的事象も挙げられる。しかしながら、現状、わが国では、地震を除く外的事象についてはその評価手法がまだ確立していないこと、また地震については現状で評価がなされつつある段階であることから、本ガイドラインでは、内的事象（レベル 1, 2）**PSA** を対象とすることとした。

なお、本ガイドラインは、**PSA** 手法の特徴を勘案して使用すれば、外的事象の場合にも参考となり得るものである。

2. 定義

・ ピアレビューチーム

ピアレビューを実施するための数名の専門家によって構成されるチーム。

・ 同型プラント

緩和設備等のプラント構成が同一であるプラント。

・ 類似プラント

設備や運転・保守管理などいくつかの要素で類似するプラント。

・ オンサイトレビュー

一連のピアレビューに係る作業のうち、ピアレビューチームが対象となる電気事業者に赴き実施するレビュー作業。

- ・ **PSA 要素**

PSA の実施における各解析項目。

- ・ **PSA 実施組織**

当該 PSA を実施或いは携わった者が属する事業者，メーカー，エンジニアリング会社等。メーカー，エンジニアリング会社等については，当該 PSA において担当した項目に対してのみ“PSA 実施組織”となる。

3. 実施時期と実施方法

ピアレビューの実施時期は，PSA の活用目的に応じて，電気事業者が判断する。(解説 3-1)

ピアレビューの実施方法については，ピアレビューの目的がレビュー対象とする PSA の品質確保であることから，プラント毎の PSA に対し実施することとし，少なくとも一度はレビュー対象とする PSA 全体にわたるレビューを行うものとする。

ただし，次の場合は限定的な実施でよい。

当該プラントと同型もしくは類似のプラントに対する PSA に対するピアレビューが既に行われている場合には，設備や運用等の相違を踏まえ，レビュー済みの PSA と当該プラントの PSA との差異のみに限定した限定的なピアレビューを行うこともできる。(解説 3-2)

当該プラントの PSA に対して既にピアレビューがなされている場合には，その時点からの設備や運転手順等の変更による部分だけを対象とした更新ピアレビューを行っても良い。

(解説 3-1) ピアレビューの実施時期

今後の運転・保守管理の高度化・合理化に対する計画と考え合わせて，例えば，保全プログラムにおける有効性確認を実施するタイミングや重要度分類に PSA を活用するタイミングなど直接的，間接的に PSA の評価結果が公表されるタイミング，あるいは PSA 手法の改定またはプラント設備の改良のタイミングで，PSA のピアレビューを実施していくことが適切である。

(解説 3-2) 限定的なピアレビュー

我が国の原子力発電所はその設計や運転・保守管理等が各電気事業者内でおおよそ標準化されているため，各PSA要素に対し共通のモデル化を行っているプラントが複数存在する。このため，既にピアレビューがなされたプラントがある場合には，効率的で円滑なピアレビュー実施の観点から，PSAの評価結果に類似性を与える要素を検討し，それを基に，モデル化の共通していないPSA要素のみに限定したレビューをしてもよい。限定的なピアレビューとは，当該PSA要素に対するレビューを完全に省略したピアレビューを意味するのではなく，既にピアレビューがなされ

たプラントとの相違点を適切に見極めた上でレビュー範囲を限定しピアレビューを実施するということを意味している。

PSA 要素に類似性を与える要因としては、例えば、「プラントタイプ」、「プラントメーカー」、「運転サイト」、「**PSA** 実施組織」及び「運転・保守管理方法」があげられる。

これらの要因の中で、「プラントタイプ」については、例えば **BWR3, 4, 5** といった分類が想定されるが、**BWR5** の中でも常用系や海水系のシステム構成が異なるなど、さらに細分化して類似性を検討する必要があると考えられる。また、「**PSA** 実施組織」が異なる場合には、そのモデル化の考え方等が異なることが多いため、全ての **PSA** 要素に対し、詳細なピアレビューが必要になる場合が多い。このような限定的なピアレビューの実施に際しては、ピアレビューチームとレビュー対象となる **PSA** の実施組織、双方の合意の下で実施する必要がある。

多くのツインプラントは同型プラントであり **PSA** 要素に類似性を与える要因が多いことから、**PSA** モデル及びその評価結果を同一とすることが可能である。この場合のピアレビューについては、上記要因の同一性・類似性を説明した上で、いずれかのプラントのレビューのみとすることが可能である。

なお、限定的なピアレビューを実施後、更にそれと類似のプラントをレビューする場合にも限定的なピアレビューを可能とすることで、より一層の効率化が可能となる。

4. 実施手順

以下に、**PSA** のピアレビューの実施手順を示す。

4.1 チームの構成

ピアレビューの実施にあたり、ピアレビューチームを構成する。

ピアレビューチームは、ピアレビューを受ける **PSA** 実施組織を除く電気事業者、メーカー、エンジニアリング会社及び研究機関やコンサルティング会社等に属する者によって構成する。チーム全体として以下の要求を満足する（解説 4-1）。

レビュー対象とする **PSA** に対応する（社）日本原子力学会の実施基準等が規定する要件を熟知しており、対象とする **PSA** を公正で客観的にレビューできる。

レビュー対象とする **PSA** の業務経験を有し、技術的内容に対する専門技術を包絡する。

プラントの設計、運転、保守管理、安全評価等の知識を有する。

本ガイドラインが規定する要件を熟知しており、ピアレビューの方法に関する知識を有する。

レビュー対象とする **PSA** を実施した者とは独立した者である。ただし、当該 **PSA** を実施

した者であっても自らが担当した箇所以外の項目に対するレビューに限定して参加することができる。

ピアレビューチームの人数については、レビュー対象とする PSA の全体的なレビューを実施する場合には、5 名以上を必要とする。また、更新ピアレビューあるいは限定的なピアレビューを実施する場合には、2 名以上でピアレビューチームを構成することが可能である。

ピアレビューチームにおいては、その中の 1 名がチームリーダーと任命され、チームリーダーの指揮の下で、ピアレビューが遂行される。

(解説 4-1) チームの構成

本文に記載した、ピアレビューチームの構成員に求められる要件は、米国の ASME・PRA 標準¹、NEI・ピアレビューガイド²、及び我が国の保安院の PSA 品質ガイドライン³、並びに日本原子力学会標準⁴の要求事項と合致するものであり、大別すると、専門性、経験、独立性、公正性の 4 つの要素に分類することができる。本文の記載をこの類別に沿って、より具体的に示すと下記のとおりである。

- 専門性—レビュー対象とする PSA について十分な知識を有すること。ただし、これは個人に全レビュー項目の専門性を要求するものでなく、チームとして全体を網羅する専門性を有することを要件としている。例えば、チームリーダーについては、ピアレビューチーム全般の調整役となるが、専門性として全てのレビュー項目に関する知識を必要とはしない。
- 経験—過去に PSA を実施（統括を含む）した、或いは電気事業者として PSA 業務に携わった等の経験を有すること。
- 独立性—レビュー対象とする PSA の実施に直接携わっていないこと（当該 PSA を直接実施していないこと）。ただし、当該 PSA を実施した者であっても、レビュー対象とする PSA の実施にあたって部分的に携わった者であれば、その担当した PSA 要素以外の項目については、当該 PSA に対し独立であるとする。
- 公正性—レビュー対象とする PSA を実施した者と同一の組織に属していないこと。PSA の実施組織、または PSA の実施を委託発注した組織のいずれかに属する者は、利害相反の観点から、担当した PSA 要素に対してピアレビューチームの構成員からは除外するものとする。

¹ Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Application, ASME RA-S-2002 and Addenda(2003, 2005,2007)

² Probabilistic Risk Assessment (PRA) Peer Review Process Guidance, NEI 00-02 rev.1

³ 原子力発電所における確率論的安全評価 (PSA) の品質ガイドライン(試行版), 平成 18 年 4 月, 原子力安全・保安院, 原子力安全基盤機構

⁴ 日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準 (レベル 1 PSA 編): 2008 及び (レベル 2 PSA 編): 2008, 平成 21 年 3 月発行, (社) 日本原子力学会

以上の要求事項を満足するチームの構成により、ピアレビューの方法・結果などが、分かりやすく透明性を持って説明できることとなる。

なお、この説明性を更に向上させるため、上記要素を有した上で、関連する分野において国家資格を有する者、教育訓練で認定された者、あるいはピアレビュー経験の豊富な海外組織に属する者などをピアレビューチームの構成員とすることが考えられる。さらに、ピアレビューチームの各構成員は、倫理観と誠実さをもってピアレビューを実施することが重要である。

4.2 チェックリスト

ピアレビューの実施にあたっては、ピアレビューの範囲、項目間の整合性及び一貫性を確認する観点からも、ピアレビューにおいて確認すべきレビュー項目及びそれに対する詳細要件(チェックリスト項目)を明確にする。

この明確化において、(社)日本原子力学会の実施基準が存在するものに対しては、その実施基準をチェックリストとして使用する。この場合、実施基準をそのままチェックリストとして使用する事も可能であるが、質問項目化したチェックリストを準備する事が望ましい。また、その他重要と考えられる項目は追加してもよい(解説 4-2, 附属書 A (参考), 附属書 B (参考))。

(解説 4-2)

本ガイドラインの附属書 A (参考) 及び附属書 B (参考) では、(社)日本原子力学会の実施基準の要件に対し、PSA の保守と更新に関する要件を追加している。

なお、ピアレビューではこれら要件に照らして当該 PSA の品質の確保状況を確認するものであるが、現状の実施基準に基づく PSA から得られるリスク情報については、運転保守管理の高度化・合理化の検討において、種々の目的で活用されていくものであり、ピアレビューの実施にあたっては、具体的な活用目的に照らして十分な品質が確保できるか否かを判断することが重要である。

より品質の高い PSA の実施に有益な推奨事項がある場合には、その内容をピアレビュー報告書に記載することが望ましく、その旨の要求を「4.4 報告書の作成及びピアレビュー結果のフィードバック」の項に記載するとともに、附属書 A (参考) 及び附属書 B (参考) には補足事項記載欄を設けた。

4.3 ピアレビューの実施

(1) 事前準備

ピアレビューを実施する場合には、そのオンサイトレビューに先立ち、対象電気事業者は、ピアレビューの対象とする PSA について以下に示す概要説明資料を作成し、ピアレビューチ

ームに、オンサイトレビューの少なくとも1週間前に提出する。

- ・ 評価対象 **PSA** モデルの概要
 - －**PSA** の範囲
 - －評価手法・ツール
 - －評価条件
- ・ 評価対象プラント
- ・ 評価結果
- ・ **PSA** モデルの使用実績・更新計画
- ・ その他技術的トピックス

ピアレビューチームは、これら **PSA** 概要説明資料の提出を受け、事前にその内容を把握し、オンサイトレビューに臨む。

さらに効率的・効果的にオンサイトレビューを実施するために、ピアレビューチーム内ではチームリーダーの選出、レビューの分担、オンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目などの調整を行い、また、ピアレビューチームと対象電気事業者間では、オンサイトレビューの詳細な実施スケジュールなどについて事前に調整しておくことが望ましい。この際、専門家判断や複数の専門分野が関係するようなレビュー項目に対するピアレビューについては、多面的視点で評価する観点から、ピアレビューチームの複数の構成員によってレビューするよう調整することが望ましい。

(2) オンサイトレビュー

ピアレビューチームが対象電気事業者に出向き、オンサイトレビューを実施する。

ピアレビューの遂行は、ピアレビューチームリーダーの統括の下で進められ、対象とする **PSA** の詳細なピアレビューを実施する場合には、5日間程度の実施が標準的である。

ピアレビュー実施にあたって、個々のレビュー項目の具体的なピアレビューのスコープと深さは、**PSA** の活用目的に照らしながら、ピアレビューチームの構成員の技術的知見・経験に基づき、チーム内で十分に摺り合わせを行って決定する。

ピアレビューは、以下に示す項目に主眼を置いて、実際の **PSA** 文書化内容も確認する事により進める。

レビュー項目間の整合性及び一貫性をレビューする。

対象**PSA**の（社）日本原子力学会の実施基準等に準拠して、当該**PSA**が実施されていることをレビューする。

評価に用いている手法及びその手法の適用の妥当性をレビューする。

重大な仮定条件の妥当性をレビューする。

評価するプラントの設計、運転、保守管理等の特徴が評価結果に適切に反映されている

ことをレビューする。

評価の各々の過程（事故シーケンスの展開，人間信頼性解析等やこれら評価にあたっての専門家判断）で得られた結果が妥当であることをレビューする。

PSAの保守と更新の方法およびその確認・文書化方法が定められ，それに従い実施していることをレビューする（解説4-3）。

個々のレビュー項目の具体的なピアレビューは，4.2のピアレビューチェックリストを使用する事により実施する。この際に，ピアレビューチームの構成員は，各チェックリスト項目に対する単純な合否のみではなく，問題があると考えられる項目においては，自身の技術的知見・経験に基づく変更提案を行う必要がある。さらに，（社）日本原子力学会の実施基準等には適合はしているものの，より品質の高いPSAの実施に有益な推奨事項がある場合には，それについて提案することが望ましい。

（解説 4-3） PSA の保守と更新に関する詳細要件

PSAの保守とは，PSAの新たな手法や事故シーケンスに対する新たな知見といった新情報を特定し，これらを必要に応じて既存のPSAに組み込むことであり，一方，PSAの更新とは，プラント設備や運転操作手順などの変更といった既存のPSAの入力に対する変更を反映することである。

本ガイドラインの附属書A（参考）及び附属書B（参考）では，（社）日本原子力学会の実施基準にPSAの保守と更新に関する詳細要件が無い場合，以下の要件をチェックリスト項目として具体化している。

- ・ PSAの保守と更新に関する以下のようなプロセスが整備されているか。
 - PSAの保守と更新に必要な情報（プラント設計，保守手順，運転操作手順，運転員の訓練プログラム，レビュー対象とするPSAの（社）日本原子力学会の実施基準等）のモニタリングに関する事項
 - PSAモデルの管理に関する事項
 - PSAツールの管理に関する事項
 - パラメータの管理に関する事項
 - PSAモデルの更新計画
- ・ PSAの更新を行った場合，更新の内容とその評価結果との整合性を確認し，その妥当性を評価しているか。
- ・ 既に文書化された結果に対して，必要な更新がなされているか。

なお，上記で言うPSAの保守と更新に必要な情報のモニタリングとは，既存のPSAに対し影響を与え得る情報を特定し，これらを継続的に監視することであり，また，PSAモデル，PSAツール，及びパラメータの管理とは，これらが適切に更新されること，また不用意に変更されること，あるいはこれらの旧版が誤使用されること等のないよう適切に管理することである。

ピアレビューでは、これらに対するプロセスの整備状況を確認する。

4.4 報告書の作成及びピアレビュー結果のフィードバック

(1) 報告書の作成

4.3(2)のオンサイトレビューの結果は、ピアレビューチームのチームリーダーの統括の下で、ピアレビュー報告書としてまとめられる（附属書 C（参考））。

ピアレビュー報告書には、下記項目を最低限記載する。

ピアレビューチーム及びメンバー構成の適格性

使用されたピアレビューの方法

ピアレビューチェックリストもしくは該当する（社）日本原子力学会の実施基準等との適合状態の確認結果

ピアレビューチェックリストもしくは該当する（社）日本原子力学会の実施基準等と異なる手法等が用いられている部分の妥当性

評価に対するピアレビューチームの見解

以上に加えて、（社）日本原子力学会の実施基準等への適合はしているものの、より品質の高い PSA の実施に有益な推奨事項がある場合には、それについて記載することが望ましい。

作成されたピアレビュー報告書は、対象電気事業者に提出される。更に、産業界全体の PSA 技術水準の向上に貢献するという観点及び一貫したピアレビューのレベルを維持する観点から、産業界内でも配布され、情報の共有化を行うことが望ましい。

(2) ピアレビュー結果のフィードバック

ピアレビュー報告書に記載された不適合事項への処置や推奨事項については、対応計画等を定め、適切に対応するとともに、トレーサビリティを確保し、文書化を行う。（解説 4-4）

（解説 4-4）ピアレビュー結果のフィードバック

ピアレビュー結果は、プラントの運転・保守管理の高度化・合理化に係る変更の判断に用いた PSA に対する品質確保要件として扱われる事となるため、ピアレビュー結果のフィードバックは、特に重要な活動である。

附属書 A (参考)

内の事象レベル 1PSA ピアレビューチェックリスト

本チェックリストは、(社)日本原子力学会が制定した日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 1PSA 編):2008」を基に作成した例の一部を示したものである。

表 レビュー項目一覧

ID	レビュー項目
IN	情報収集
IE	起因事象
SC	成功基準
AS	事故シーケンス
SY	システム解析
HR	人間信頼性解析
DA	データ解析
QU	定量化及び結果の検証
UN	不確かさ解析と感度解析
DC	文書化
MU	保守及び更新プロセス

内的事象レベル 1PSA ピアレビューチェックリスト

<適合状況> ○：要求事項を満たす，×：要求事項を満たさない，N/A：適用外

ID	学会標準 章・節番号	チェックリスト項目	チェック結果	
			適合 状況	補足事項
—	4.	プラント構成・特性の調査		
—	4.1	レベル1 PSA 実施のための情報収集		
IN-1	4.1.1 レベル1 PSA 実施のための情報収集			
IN-2				
—	5.	起回事象の選定と発生頻度の評価		
—	5.1	起回事象の同定		
IE-1	5.1.1	起回事象の分析		
IE-2	5.1.2	従属性を有する起回事象の同定		
IE-3	5.1.3	同定した起回事象の除外		
—	5.2	起回事象のグループ化		
IE-4	5.2.1 事象の類似性による起回事象のグループ化			
IE-5				
IE-6	5.2.2	起回事象のグループ化の禁止		
IE-7	5.2.3	グループの代表事象の選定		
—	5.3	起回事象発生頻度の評価		
IE-8	5.3.1 起回事象発生頻度の評価手法			
IE-9				
—	6.	成功基準の設定		
—	6.1	成功基準の設定		
SC-1	6.1.1	炉心損傷の判定条件の設定		
SC-2	6.1.2 安全機能及び成功基準の同定			
SC-3				
SC-4	6.1.3 使命時間の同定			
SC-5				
SC-6				
SC-7	6.1.4 熱水力解析・構造解析による成功基準の同定			
SC-8				
SC-9				
SC-10				

ID	学会標準 章・節番号	チェックリスト項目	チェック結果	
			適合 状況	補足事項
SC-11	6.1.5 成功基準の妥当性の確認			
—	7. 事故シーケンスの分析			
—	7.1 事故シーケンスの展開			
AS-1	7.1.1 事故シーケンス分析手法の選択			
AS-2	7.1.2			
AS-3	ヘディングの設定			
AS-4	7.1.3 事故シーケンスの展開			
AS-5	7.1.4 時間依存性のモデル化			
AS-6	7.1.5			
AS-7	事故シーケンスの最終状態の分類			
—	7.2 従属性のモデル化			
AS-8	7.2.1			
AS-9	起因事象従属性のモデル化			
AS-10	7.2.2 緩和設備間の従属性のモデル化			
AS-11	7.2.3 物理的条件による従属性のモデル化			
AS-12	7.2.4 複数のイベントツリーでの従属性のモデル化			
—	7.3 レベル2 PSA に影響する因子のモデル化			
AS-13	7.3.1 格納容器健全性への影響のモデル化			
AS-14	7.3.2 ソースタームへの影響のモデル化			
—	8. システム信頼性解析			
—	8.1 システムのモデル化			
SY-1	8.1.1			
SY-2	システム信頼性解析手法			
SY-3	8.1.2			
SY-4	フォールトツリーの作成			
SY-5	8.1.3			
SY-6	システムの評価対象範囲の明確化			
SY-7	8.1.4			
SY-8	フォールトツリーの基事象			
SY-9				
SY-10	8.1.5			

ID	学会標準 章・節番号	チェックリスト項目	チェック結果	
			適合 状況	補足事項
	基事象発生確率の算出			
SY-11	8.1.6 システムや機器の作動条件の扱い			
SY-12	8.1.7 サブツリーを使用する場合のモデル化			
—	8.2 従属性のモデル化			
SY-13	8.2.1 異なるシステム間での従属性			
SY-14	8.2.2			
SY-15	共通原因故障の同定			
SY-16	8.2.3 共通原因故障モデルの選定			
—	8.3 システム信頼性解析モデルの定量化			
SY-17	8.3.1 フォールトツリーの最小カットセットの分析			
SY-18	8.3.2 頂上事象発生確率の定量化			
—	9. 人間信頼性解析			
—	9.1 事象発生前作業の同定			
HR-1	9.1.1			
HR-2	事象発生前の作業に関する情報の整理			
HR-3	9.1.2			
HR-4	事象発生前の作業における従属性			
HR-5	の同定			
HR-6				
—	9.2 人的過誤事象（事象発生前）のモデル化			
HR-7	9.2.1			
HR-8	システム及び事故シーケンスのモデルに対応した人的過誤事象の設定			
HR-9				
HR-10	9.2.2 校正エラーのモデル化			
—	9.3 人的過誤確率（事象発生前）の評価			
HR-11	9.3.1 人的過誤確率の評価手法			
HR-12	9.3.2 人的過誤確率のスクリーニング値の使用			

ID	学会標準 章・節番号	チェックリスト項目	チェック結果	
			適合 状況	補足事項
HR-13	9.3.3 人的過誤確率の評価			
HR-14				
HR-15				
HR-16	9.3.4 運転員や保守員による過誤回復の 評価			
HR-17				
HR-18				
HR-19	9.3.5 人的過誤確率の評価に当たっての 従属性の考慮			
HR-20	9.3.6 人的過誤確率の一貫性と整合性の 確認			
—	9.4 緩和操作の同定			
HR-21	9.4.1 事故シナリオで必要とされる緩和 操作の同定（事故シナリオに対応 する運転手順書、インターフェイ スの反映）			
HR-22	9.4.2 事故シナリオに関する緩和操作の 同定（成功基準、回復操作で要求 される操作）			
—	9.5 人的過誤事象（事象発生後）のモ デル化			
HR-23	9.5.1 人的過誤事象の設定			
HR-24	9.5.2 認知失敗と操作失敗の定義			
—	9.6 人的過誤確率（事象発生後）の評 価			
HR-25	9.6.1 人的過誤確率の評価手法			
HR-26	9.6.2 人的過誤確率のスクリーニング値 の使用			
HR-27	9.6.3 人的過誤確率の評価			
HR-28				
HR-29				
HR-30	9.6.4 人的過誤確率の評価に当たっての 従属性の考慮			
HR-31	9.6.5 人的過誤確率の一貫性と整合性の 確認			
—	9.7 回復操作のモデル化			
HR-32	9.7.1			

ID	学会標準 章・節番号	チェックリスト項目	チェック結果	
			適合 状況	補足事項
	回復操作の評価			
HR-33	9.7.2 回復操作失敗確率の評価における 従属性の考慮			
—	10. パラメータの作成			
—	10.1 パラメータの定義			
DA-1	10.1.1 機器と故障モードの同定			
DA-2	10.1.2 機器のグループ化			
DA-3	10.1.3 確率モデルの選定			
—	10.2 データの収集			
DA-4	10.2.1 必要なデータの同定			
DA-5	10.2.2 パラメータ算出に必要なデータの 収集			
—	10.3 パラメータの評価			
DA-6	10.3.1 収集したデータに基づくパラメー タの評価			
DA-7	10.3.2 一般パラメータに基づく評価			
DA-8	10.3.3 パラメータの確率分布の設定			
—	11. 事故シーケンスの定量化			
—	11.1 事故シーケンスの定量化			
QU-1	11.1.1			
QU-2	事故シーケンスの発生頻度と炉心 損傷頻度の定量化			
QU-3	11.1.2			
QU-4	重要度解析の実施			
QU-5				
QU-6	11.1.3 評価結果のとりまとめ			
—	11.2 実証された定量化手法の使用			
QU-7	11.2.1 使用する定量化手法			
QU-8	11.2.2			
QU-9	事故シーケンスの定量化における 回復操作の取扱い			
QU-10	11.2.3			

ID	学会標準 章・節番号	チェックリスト項目	チェック結果	
			適合 状況	補足事項
	打切り値の使用			
QU-11	11.2.4 論理ループの削除			
QU-12	11.2.5 成功分岐の扱い			
QU-13	11.2.6 排反事象の扱い			
QU-14	11.2.7 サブツリーや分岐確率を使用する 場合の定量化			
QU-15	11.3 検証された計算コードの使用			
QU-16	11.4 定量化結果の検証			
—	12. 不確実さ解析と感度解析			
—	12.1 不確実さ解析			
UN-1	12.1.1 炉心損傷頻度の不確実さ解析の実施			
—	12.2. 感度解析			
UN-2	12.2.1			
UN-3	影響因子の選定と感度解析の実施			
—	13. 文書化			
—	13.1 文書化			
DC-1	13.1.1 目的・範囲・結果及び手法等の文 書化			
DC-2	13.1.2 規定への適合性の文書化			
DC-3	13.1.3 除外事項等の適用の妥当性の文書 化			
—		PSA の保守と更新		
MU-1		<p>PSA の保守と更新に関するプロセスが整備されているか。</p> <p>保守と更新に関するプロセスとしては以下が挙げられる。</p> <p>・PSA の保守と更新に必要な情報(プラント設計, 保守手順, 運転操作手順, 運転員の訓練プログラムなど)のモ</p>		

ID	学会標準 章・節番号	チェックリスト項目	チェック結果	
			適合 状況	補足事項
		ニタリングに関する 事項 ・PSA モデルの管理に 関する事項 ・PSA ツールの管理に 関する事項 ・パラメータの管理に 関する事項 ・PSA モデルの更新計画		
MU-2		PSA の更新を行った場 合，更新の内容とその 評価結果との整合性を 確認し，その妥当性を 評価しているか。		
MU-3		既に文書化された結果 に対して，必要な更新 がなされているか。		

附属書 B (参考)

内的事象レベル 2PSA ピアレビューチェックリスト

本チェックリストは、(社)日本原子力学会が制定した日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 2PSA 編):2008」を基に作成した例の一部を示したものである。なお、ここでは現状の PSA の整備状況を勘案し、格納容器破損頻度の定量化までの範囲をチェックリスト化している(レベル 2PSA に関する項目(放出カテゴリ、ソースターム解析)については省略している)。

内的事象レベル 2PSA ピアレビューチェックリスト

<適合状況> ○：要求事項を満たす，×：要求事項を満たさない，N/A：適用外

ID	学会標準 章・節番号	チェックリスト項目	チェック結果	
			適合 状況	補足事項
—	4.	プラント構成・特性の調査		
—	4.1	格納容器破損頻度の定量化に必要な情報の調査		
IN-1	4.1.1	プラントの系統構成・特性の調査		
IN-2	4.1.2	類似プラントの情報		
—	5.	プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化		
—	5.1	プラント損傷状態の分類		
L2-1	5.1.1	分類の対象		
L2-2	5.1.2	事故シーケンスの分類要素		
L2-3	5.1.3	独立に分類すべきプラント損傷状態		
L2-4	5.2	プラント損傷状態ごとの発生頻度の定量化		
—	6.	格納容器破損モードの設定		
—	6.1	格納容器破損に至る負荷の分析		
L2-5	6.1.1	負荷の分析		
L2-6	6.1.2	負荷の同定		
—	6.2	格納容器構造健全性評価		
L2-7	6.2.1	判断基準の設定		
L2-8	6.2.2	類似プラントの結果の使用		
—	6.3	格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析		
L2-9	6.3.1	格納容器バイパス事象の分析		

ID	学会標準 章・節番号	チェックリスト項目	チェック結果	
			適合 状況	補足事項
L2-10	6.3.2 誘因蒸気発生器伝熱管破損 (Induced-SGTR)			
L2-11	6.3.3 格納容器隔離失敗			
—	6.4 格納容器破損モードの選定			
L2-12	6.4.1 格納容器破損モードの種類			
L2-13	6.4.2 格納容器が破損する場合			
L2-14	6.4.3 格納容器の健全性が維持される 場合			
—	7. 事故シーケンスの分析			
—	7.1 事故シーケンスの特徴分析			
L2-15	7.1.1 シビアアクシデント時の物理化 学現象の分析			
L2-16	7.1.2			
L2-17	事故の緩和手段の分析			
—	7.2 格納容器イベントツリーの構築			
L2-18	7.2.1 事故シーケンスの同定			
—	7.3 従属性のモデル化			
L2-19	7.3.1 炉心損傷防止のための設備の利 用			
L2-20	7.3.2 シビアアクシデント現象及び事 象の緩和手段の従属性			
—	7.4 格納容器破損モードの割付け			
L2-21	7.4.1 事故シーケンスの最終状態			
L2-22	7.4.2 格納容器が健全な場合の扱い			
—	8. 事故進展解析			
—	8.1 解析対象事故シーケンスの選定			
L2-23	8.1.1 事故シーケンスの選定			
L2-24	8.1.2 類似プラントの解析結果の使用			

ID	学会標準 章・節番号	チェックリスト項目	チェック結果	
			適合 状況	補足事項
—	8.2 事故シーケンス解析の条件設定			
L2-25	8.2.1 解析において考慮すべき項目			
L2-26	8.2.2 解析条件の設定			
L2-27	8.2.3 実機適用可能な手法の使用			
—	8.3 事故進展の解析			
L2-28	8.3.1 事故シーケンスごとの事故進展 の解析			
—	8.4 シビアアクシデント現象の発生 及び負荷の解析			
L2-29	8.4.1 格納容器負荷の解析			
L2-30	8.4.2 格納容器破損の検討			
—	8.5 事故の緩和操作の時間余裕 の解析			
L2-31	8.5.1 事故の緩和手段の抽出			
L2-32	8.5.2 時間余裕の算出			
—	8.6 格納容器イベントツリーのヘデ ィングの妥当性確認			
L2-33	8.6.1 格納容器イベントツリーのヘデ ィングの因果関係の妥当性確認			
—	9 格納容器破損頻度の定量化			
—	9.1 格納容器イベントツリーのヘデ ィングの分岐確率の設定			
QU-1	9.1.1 物理化学現象に関する分岐確率 の設定			
QU-2	9.1.2 事故の緩和手段に関する分岐確 率の設定			
QU-3	9.1.3 工学的判断			
QU-4	9.1.4 ヘディングの従属性			
—	9.2 適切な定量化の実施			
QU-5	9.2.1			

ID	学会標準 章・節番号	チェックリスト項目	チェック結果	
			適合 状況	補足事項
	平均値及び不確かさ幅の設定			
QU-6	9.2.2 分解イベントツリー手法及び ROAAM 手法による分岐確率の 設定			
—	9.3 格納容器破損頻度の解析			
QU-7	9.3.1 事故シーケンスの発生頻度及び 格納容器破損頻度の定量化			
QU-8	9.3.2 格納容器健全性が維持される頻 度の定量化			
QU-9	9.3.3 重要度解析			
—	9.4 格納容器イベントツリーの定量 結果の検証			
QU-10	9.4.1 解析結果のレビュー			
QU-11	9.4.2 重要なモデルの仮定			
—	12. 不確かさ解析及び感度解析			
—	12.1 不確かさ解析			
UN-1	12.1.1 確率分布の設定			
UN-2	12.1.2 不確かさの評価			
—	12.2 感度解析			
UN-3	12.2.1 主要な仮定及び重要な条件			
UN-4	12.2.2 感度解析の実施			
—	13. 文書化			
—	13.1 文書化の対象			
DC-1	13.1.1 目的・範囲・結果の文書化			
DC-2	13.1.2 要求事項への適合性の 文書化			
DC-3	13.1.3 除外事項などの適用妥当性の文 書化			
—		PSA の保守と更新		
MU-1		PSA の保守と更新に関す るプロセスが整備されてい		

ID	学会標準 章・節番号	チェックリスト項目	チェック結果	
			適合 状況	補足事項
		<p>るか。</p> <p>保守と更新に関するプロセスとしては以下が挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PSA の保守と更新に必要な情報（プラント設計，保守手順，運転操作手順，運転員の訓練プログラムなど）のモニタリングに関する事項 ・PSA モデルの管理に関する事項 ・PSA ツールの管理に関する事項 ・パラメータの管理に関する事項 ・PSA モデルの更新計画 		
MU-2		PSA の更新を行った場合，更新の内容とその評価結果との整合性を確認し，その妥当性を評価しているか。		
MU-3		既に文書化された結果に対して，必要な更新がなされているか。		

附属書 C (参考)

PSA ピアレビュー報告書フォーマット (内の事象レベル 1PSA)

PSA ピアレビュー報告書

目次

1. ピアレビューの目的

2. 対象とするPSAの範囲

3. ピアレビューの実施状況

(1) ピアレビューチームの構成と適格性

(2) 事前準備

(3) オンサイトレビュー

(4) ピアレビュー結果

本ピアレビューによる主要な結果につき、次葉以降に項目別に示す。また、添付資料にチェックリストに基づく項目別の確認結果を示す。

(ピアレビューにおいて確認された事実関係、指摘事項、改善点や良好点につき、その概要を記載する。)

(5) 留意事項

表 IN

PSA ピアレビュー報告書	
要素：プラント構成・特性の調査（IN）	
事実関係及び指摘事項	レベル1 PSA 実施のための情報収集：
	文書化：
	推奨される改善策：
	良好点：
	全般的なプロセス評価：

表 IE

PSA ピアレビュー報告書	
要素：起回事象の選定と発生頻度の評価 (IE)	
事実関係及び指摘事項	起回事象の同定：
	起回事象のグループ化：
	起回事象発生頻度の評価手法：
	文書化：
推奨される改善策：	
良好点：	
全般的なプロセス評価：	

表 SC

PSA ピアレビュー報告書	
要素：成功基準の設定（SC）	
事実関係及び指摘事項	炉心損傷の判定条件の設定：
	安全機能及び成功基準，使命時間の同定：
	熱水力解析・構造解析による成功基準の同定：
	成功基準の妥当性の確認：
	文書化：
推奨される改善策：	
良好点：	
全般的なプロセス評価：	

表 AS

PSA ピアレビュー報告書	
要素：事故シーケンスの分析 (AS)	
事実関係及び指摘事項	事故シーケンスの分析（イベントツリーの作成）：
	従属性のモデル化：
	レベル2 PSA に影響する因子のモデル化：
	文書化：
推奨される改善策：	
良好点：	
全般的なプロセス評価：	

表 SY

PSA ピアレビュー報告書	
要素：システム信頼性解析（SY）	
事実関係及び指摘事項	システムのモデル化（フォールトツリーの作成）：
	従属性のモデル化：
	システム信頼性解析モデルの定量化：
	文書化：
推奨される改善策：	
良好点：	
全般的なプロセス評価：	

表 HR

PSA ピアレビュー報告書	
要素：人間信頼性解析（HR）	
事実関係及び指摘事項	事象発生前の人間信頼性解析に係る作業の同定，モデル化：
	事象発生後の人間信頼性解析に係る作業の同定，モデル化：
	人的過誤率の評価：
	文書化：
推奨される改善策：	
良好点：	
全般的なプロセス評価：	

表 DA

PSA ピアレビュー報告書	
要素：パラメータ解析 (DA)	
事実関係及び指摘事項	パラメータの定義：
	データの収集：
	パラメータの評価：
	文書化：
推奨される改善策：	
良好点：	
全般的なプロセス評価：	

表 QU

PSA ピアレビュー報告書	
要素：事故シーケンスの定量化 (QU)	
事実関係及び指摘事項	事故シーケンスの発生頻度と炉心損傷頻度の定量化：
	重要度解析の実施：
	評価結果のとりまとめ：
	実証された定量化手法の使用：
	文書化：
推奨される改善策：	
良好点：	
全般的なプロセス評価：	

表 UN

PSA ピアレビュー報告書	
要素：不確かさ解析と感度解析 (UN)	
事実関係及び指摘事項	炉心損傷頻度の不確かさ伝播解析の実施：
	影響因子の選定と感度解析の実施
	文書化：
推奨される改善策：	
良好点：	
全般的なプロセス評価：	

表 MU

PSA ピアレビュー報告書	
要素：PSA の保守と更新 (MU)	
事実関係及び指摘事項	ピアレビュー知見：
	文書化：
推奨される改善策：	
良好点：	
全般的なプロセス評価：	

PSAピアレビューガイドライン

編集者 一般社団法人 日本原子力技術協会

PSAピアレビュー検討会

発行者 一般社団法人 日本原子力技術協会

〒108-0014 東京都港区芝4-2-3 NOF芝ビル7階

電話 03(5440)3603(代)

FAX 03(5440)3606

©日本原子力技術協会，2009

本書に掲載されたすべての記事内容は，日本原子力技術協会の許可なく，転載・複写することはできません。